基于流固耦合的蒸汽发生器传热管结构应力分析

郭超　魏超　史强*　朱光昱　唐晖　刘巧凤
（生态环境部核与辐射安全中心　北京 100082）

摘要　蒸汽发生器传热管是压水堆核电站一回路的关键压力边界，正常运行及事故条件下的系统运行参数，直接影响着传热管结构的完整性。为进一步对传热管的结构响应特性进行研究，建立了两种主流排列方式的传热管局部模型，并分别进行了正常运行和典型事故参数下的流固耦合计算和对比分析，获得了一、二次侧流体共同作用下的传热管关键部位的载荷变化规律。结果表明，在相同的流动条件下，传热管叉排模型的应力和变形均大于顺排模型；传热管根部横截面的等效应力沿壁厚方向先减小再增大，中部横截面的等效应力沿壁厚方向呈现近似线性降低；在传热管根部区域，内、外壁面的等效应力沿轴向高度先迅速降低而后快速升高，并形成应力平台。

关键词　蒸汽发生器；传热管；流固耦合；应力分析
中图分类号　TL364
DOI:

Stress Analysis of Heat Transfer Tube Structure in Steam Generator Based on Fluid Structure Coupling Method

Guo Chao　Wei Chao　Shi Qiang*　Zhu Guangyu　Tang Hui　Liu Qiaofeng
(*Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing, 100082, China*)

Abstract　**[Background]** The heat transfer tube of steam generator is critical pressure boundary in the primary circuit of the pressurized water reactor nuclear power plant. The system operating parameters during normal operation and accidents directly affect the integrity of the heat transfer tube structure. **[Purpose]** This study aims to obtain the structural response characteristics of heat transfer tube models with different arrangements under normal operation and accident system operating parameters. **[Methods]** Local models of heat transfer tube with two mainstream arrangements were established, and fluid structure coupling calculations and comparative analysis were carried out under normal operation and typical accident parameters, respectively. **[Results]** The maximum stress and deformation values of heat transfer tubes under normal operation and extreme accident parameters were obtained. The load distribution patterns of typical axial and radial positions of heat transfer tubes were obtained. **[Conclusions]** The results show that under the same flow conditions, the stress and deformation of the heat transfer tube cross arrangement model are greater than those of the straight arrangement model. The equivalent stress at the root cross-section of the heat transfer tube decreases first and then increases along the wall thickness direction, while the equivalent stress at the middle cross-section shows an approximate linear decrease along the wall thickness direction. In the root area of the heat transfer tube, the equivalent stress on the inner and outer walls first rapidly decreases and then rapidly increases along the axial height, forming a stress plateau.

Key words　Steam generator, Heat transfer tube, Fluid structure coupling, Stress analysis

---

“先进核能技术设计与安全教育部重点实验室”开放课题（No.KLANEDS202312）资助
第一作者：郭超，男，1986 年出生，2012 年于北京理工大学获硕士学位，研究领域：反应堆力学及严重事故研究。
通讯作者：史强，E-mail: shiqiang@chinansc.cn
收稿日期：20XX-00-00，修回日期：20XX-00-00

蒸汽发生器是压水堆核电厂的关键设备之一，是阻止放射性物质泄漏的重要屏障，蒸汽发生器在运行过程中由于温差、压差和各类化学腐蚀等作用，不可避免的出现老化降质现象，会对电厂安全运行产生重要影响。蒸汽发生器是压水堆一回路压力边界最薄弱的环节，其传热管断裂事故在核动力厂设备事故中居首要位置[1,2]，约占非计划停堆事故的四分之一。压水堆核电站蒸汽发生器正常运行一、二次侧流体平均压力约 15 MPa 和 6MPa, 较大的压差可能会引发传热管变形，现有研究表明导致蒸汽发生器一、二次侧压差增大的事故，尤其是压差达到 11MPa 以上时，极易引发蒸汽发生器传热管破裂（SGTR）[3,4]，进而可能引发更加严重的放射性泄露后果[5]。因此，研究一、二次侧流场及压差作用下的传热管结构响应特性，对蒸汽发生器的优化设计具有十分重要的意义。

上述过程主要涉及一次侧流体与传热管内壁、传热管外壁与二次侧流体之间的双向流固耦合问题，一些学者利用流固耦合方法开展了传热管的力学响应研究工作，如 Kuehlert 等[6]在考虑二次侧流体的作用下通过对蒸汽发生器管进行双向流固耦合，获得了传热管的运动规律；孙宝芝等[7]利用 CFX 对一、二次侧流体与换热管及支撑板的耦合流动换热进行三维数值模拟，研究了换热管在流体压力场载荷作用下的应力分布；郑陆松等[8]进行了蒸汽发生器一、二回路耦合数值模拟，对传热管进行稳态热分析和热应力分析；陈玉爽等[9]，采用流热固耦合的方法对熔盐换热器换热管及壳体相连接的管板进行了应力分析，给出了管板最高应力值及某些路径的应力变化规律；Sun Baozhi 等[10]通过流固耦合进行了传热管和支撑板的热分析和静态结构分析，计算了热应力和力载荷下的机械应力以及两种载荷下的耦合应力等；赵颖杰等[11]研究了正常运行参数下的传热管位移和应力分布特点。

现有研究主要针对特定排列方式的传热管（顺排为主）进行正常运行参数下的力学响应分析，且部分研究未同时考虑一、二次侧流体的共同作用。本文基于某三代非能动核电站蒸汽发生器原型，建立了顺排和叉排两种主要排列方式的传热管模型，并分别进行了正常运行和典型事故参数下的流固耦合数值模拟计算和对比分析，获得了一、二次侧流体共同作用下的传热管关键部位载荷变化规律，可为蒸汽发生器的设计及运行提供参考。

1 蒸汽发生器传热管物理模型

压水堆核电站蒸汽发生器的类型主要有立式 U 型管自然循环蒸汽发生器、卧式自然循环蒸汽发生器和列管式直流蒸汽发生器等，其中立式 U 型管自然循环蒸汽发生器在国内应用最为广泛。立式 U 型管自然循环蒸汽发生器一般由上下封头、管束区域、汽水分离装置和筒体等结构组成，其中管束区域具体包括有 U 型管束、管板、防震条以及管束支撑等。蒸汽发生器传热管的排列方式主要有顺排（正方形）和叉排（三角形）两种方式（图 1），如 M310 机型的 55/19B 型蒸汽发生器传热管采用顺排排列，EPR 机型的 79 / 19 TE 型采用叉排排列，CPR1000 机型的 55/19B 型采用顺排排列，AP1000 机型的△125 型采用叉排排列以及华龙一号机型的 ZH-65 型采用叉排排列等。

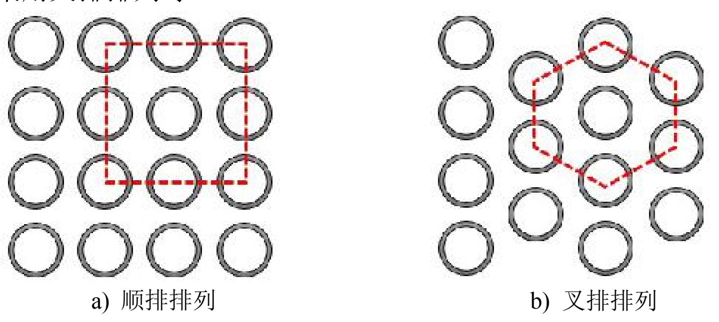


图 1 传热管排列方式

Fig. 1 Arrangement of heat transfer tubes

"先进核能技术设计与安全教育部重点实验室"开放课题（No.KLANEDS202312）资助

第一作者：郭超，男，1986 年出生，2012 年于北京理工大学获硕士学位，研究领域：反应堆力学及严重事故研究。

通讯作者：史强，E-mail: shiqiang@chinansc.cn

收稿日期：20XX-00-00，修回日期：20XX-00-00

由于传热管结构复杂、管束细长且数量可达上万根，对传热管束的分析的一般选取单元管和周边相邻管束轮廓，以及相应的一、二次侧流体域来进行物理模型的简化，如图2虚线框内所示。考虑传热管的根部位置是蒸汽发生器事故的多发区[12]，本研究选取了蒸汽发生器热端的管板连接处，沿传热管高度1m（即相邻两块管束支撑板间距）的局部结构为主要研究对象，模型的几何参数参考某三代非能动核电站蒸汽发生器原型，蒸汽发生器的U型传热管内径为 15.44mm，壁厚为1.02 mm，管间距为24.89mm。传热管材料为Inconel 690合金，其弹性模量为211GPa，屈服强度为350MPa，泊松比为0.289，密度为8190kg/m^3。建立的顺排和叉排单元管计算模型如图2所示，两种模型中的一次侧和传热管的几何尺寸相同，二次侧的流动截面不同，顺排模型截面积为1518.12mm^2，叉排模型为889.60mm^2。

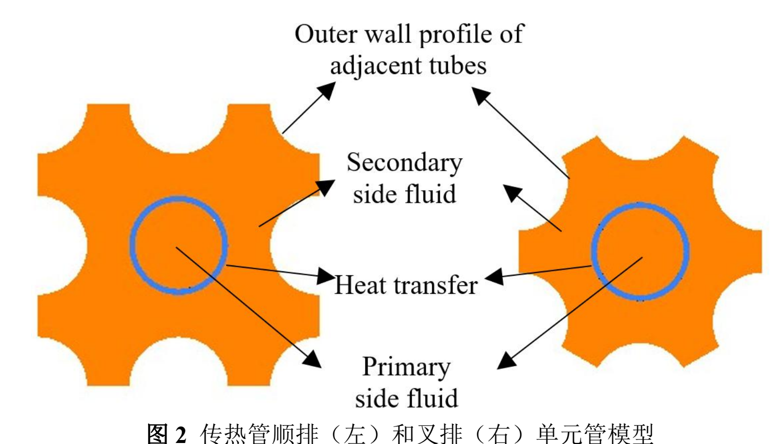


图 2 传热管顺排（左）和叉排（右）单元管模型

Fig.2 Unit tube straight arrangement model (left) and cross arrangement model (right)

2 模型网格验证及计算工况

2.1 边界条件

对于单元管模型的固体域，考虑管束下端一般固定在直径 4~5m，厚度为数百毫米的金属管板上，且沿高度等间距（约 1m）有管束支撑板进行约束，因此对所研究的管束段模型的上、下端面直接设置位移固定约束。将传热管外壁和二次侧的接触面，以及内壁和一次侧的接触面设置为流固耦合作用交界面，以实现一、二次侧对管束的共同作用。将模型外边界的相邻传热管轮廓面设置为壁面边界；其余的模型外边界均设置为对称边界。对于模型的流体域，在计算过程中对一、二次侧进口采用流速边界条件；一、二次侧出口采用压力边界条件，参数值依据具体的计算工况设置。

2.2 网格无关性验证

建立了 0.2m 的顺排传热单元管模型进行了网格无关性验证。通过对模型进行合理切分后，再进行网格划分以保证网格质量。对一、二次侧流体域分别进行网格平均尺寸为 1mm、1.5mm、2mm、3mm、4mm 的网格划分，其中，对于流体域为 1mm 和 1.5mm 网格尺寸的模型，其相应的传热管在厚度方向设置三层网格；其余网格尺寸的模型对应传热管厚度方向尺寸为两层网格。对上述 5 组网格尺寸模型分别进行了蒸汽发生器正常运行参数的流固耦合计算，计算完成后提取传热管根部截面的壁面厚度中点沿轴向的 Von Mises 等效应力，结果如图 3 所示。当流体区域网格尺寸达到 1.5mm，传热管厚度方向为三层网格时，进一步细化网格对计算结果几乎无影响，结果已趋于稳定，兼顾计算精度与效率，最终选定模型平均网格尺寸为 1.5mm。最终所建立的蒸汽发生器传热管根部单元管模型及网格划分如图 4 和图 5 所示。

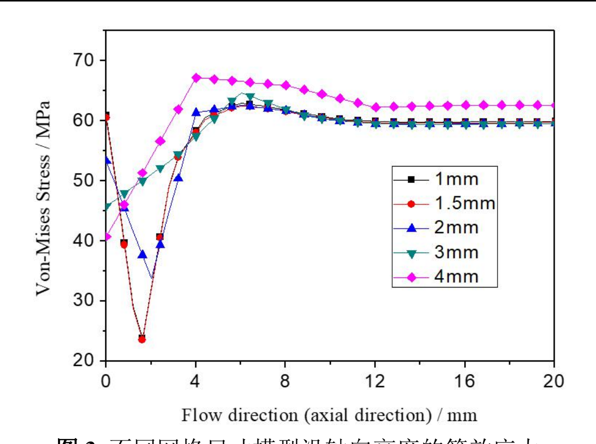
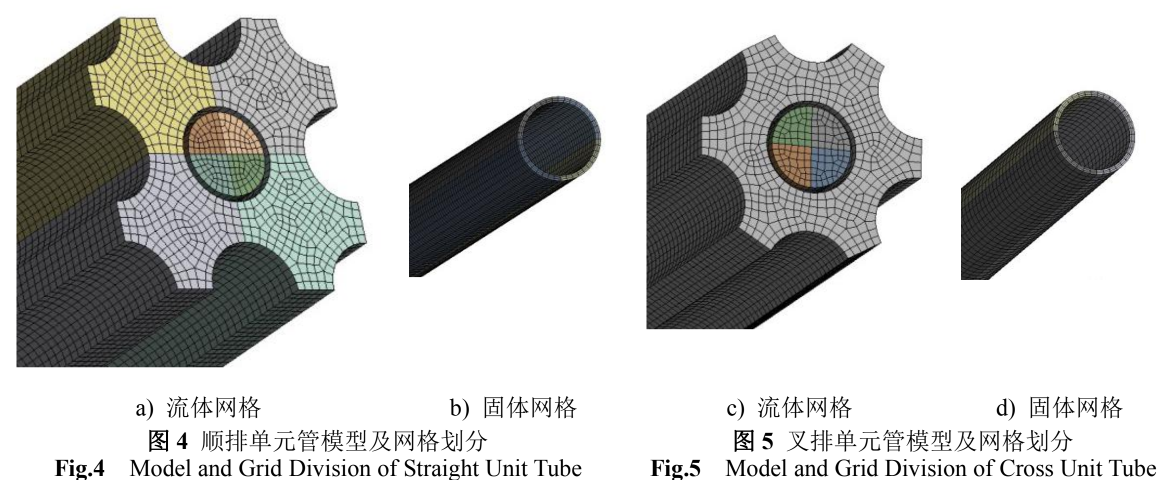


图 3 不同网格尺寸模型沿轴向高度的等效应力

Fig.3 Von-Mises stress of models with different grid sizes along the axial height



a) 流体网格 b) 固体网格 c) 流体网格 d) 固体网格

图 4 顺排单元管模型及网格划分

Fig.4 Model and Grid Division of Straight Unit Tube

图 5 叉排单元管模型及网格划分

Fig.5 Model and Grid Division of Cross Unit Tube

2.3 计算工况

对于正常运行工况，选取了电厂满功率运行的一、二次侧流速和压力参数作为计算输入参数。对于事故工况，选取了可导致一、二次侧压差显著增大的两类典型始发事故，即属于一次侧热输出增加类的主蒸汽管道断裂事故（Main Steam Line Break, MSLB），以及属于二次侧系统热移出能力减小类的丧失给水事故（Loss of Feed Water, LOFW）。对于 MSLB 工况，根据该电厂最终安全分析报告，选取破损回路一、二次侧压差最大时刻的系统参数作为计算输入参数，该时刻主泵尚未关闭，一次侧仍处于正常运行流速，由于尚未停堆，一次侧压力仍处于高位；而该时刻主蒸汽隔离阀已关闭，二次侧流速处于较低水平，二次侧压力也由于破口喷放而降低。对于 LOFW 事故，选取含 PRHR 环路的一、二次侧压差最大时刻的系统参数作为计算输入参数，该时刻主泵已停运，管束一次侧进口流速显著降低，由于该时刻处于 PRHR 投入后传热能力在逐渐降低的阶段，一次侧压力则处于高位；而由于该时刻汽轮机已停机，二次侧流速则基本为零，二次侧压力也处于整个事故阶段的较低水平。正常运行和事故工况的具体计算参数如下：

表 1 正常运行和事故工况的计算参数

Table 1 Calculation parameters for normal operation and accident conditions

工况 Condition	一次侧流速 Primary flow velocity	一次侧压力 Primary side pressure	二次侧流速 Secondary side flow velocity	二次侧压力 Secondary side pressure
正常运行 Normal operation	0.5 m/s	15.50 MPa	0.1688 m/s	5.60 MPa
MSLB工况 MSLB condition	0.5 m/s	15.20 MPa	0.0314 m/s	5.03 MPa

LOFW工况 LOFW condition	0.0213 m/s	16.72 Mpa	近似为 0（取 0.001 m/s 计算）	3.95 MPa

3 计算结果分析

3.1 整体结构响应

对正常运行和 MSLB、LOFW 参数下的传热管流固耦合计算结果表明，传热管结构的根部区域应力及变形量最大；结构的整体响应以传热管中部横截面基本呈对称分布。表 2 为顺排和叉排结构在正常运行及 MSLB 和 LOFW 工况参数下的最大应力和变形值对比。

表 2 正常和事故工况传热管计算结果

Table 2 Calculation results of heat transfer tubes under normal and accident conditions

	最大等效应力 Maximum Von-Mises stress / MPa			最大变形量 Maximum deformation / mm		
	顺排 Straight	叉排 Cross	偏差 Deviation	顺排 Straight	叉排 Cross	偏差 Deviation
正常运行 Normal operation	110	112	1.8%	0.28×10^{-2}	0.29×10^{-2}	3.6%
MSLB工况 MSLB condition	113	115	1.8%	0.29×10^{-2}	0.31×10^{-2}	6.9%
LOFW工况 LOFW condition	143	146	2.1%	0.37×10^{-2}	0.40×10^{-2}	8.1%

从表可以看出，在正常运行和事故工况下，顺排模型的最大应力及变形量均小幅大于顺排模型。LOFW 事故工况下的结构响应更加显著，其顺排模型最大应力和变形比正常运行分别高出 30.0%和 30.3%；叉排模型比正常运行分别高出 32.1%和 37.9%。

图 6 为传热管根部区域纵截面应力分布云图，每个分图的下部为传热管与管板的连接处，左侧为传热管内壁面，右侧为外壁面。图 a)、b)和 c）为顺排模型的正常运行、MSLB 和 LOFW 工况计算结果；图 d)、e)和 f）为叉排模型相应计算结果，从图中可以看出，传热管内壁面的根部区域应力最大。

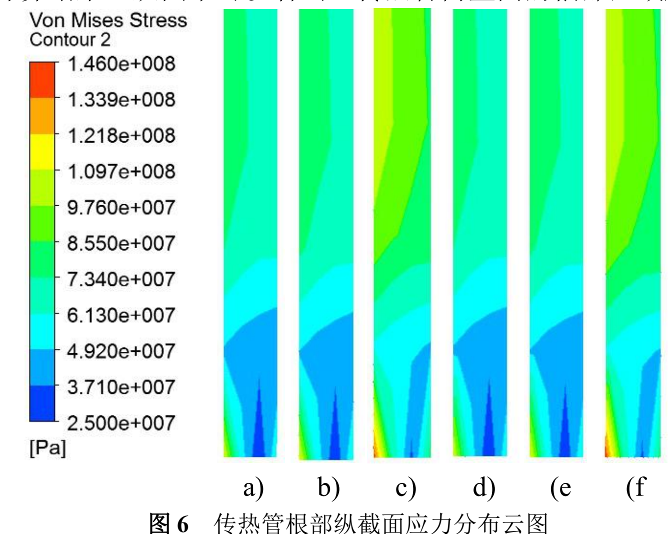


图 6 传热管根部纵截面应力分布云图

Fig.6 Stress distribution of the longitudinal section at the root of the heat transfer tube

3.1 局部应力分析

根据表 2 和图 6，顺排模型和叉排模型在相同工况参数下的应力分布具有相似性，以下以叉排模型计算结果为例，进一步分析传热管的局部载荷特性。图 7 为叉排模型传热管根部和中部横截面应力分布云图，从图 7 的 a）、b）和 c）中可以看出，在传热管根部区域，内壁面应力最大，且沿壁厚方向应力先降低而后

增大；从图 7 的 d）、e）和 f）则可以看出，传热管中部应力分布与根部不同，内壁面应力最大，沿壁厚方向应力逐渐降低，外壁面应力最低。

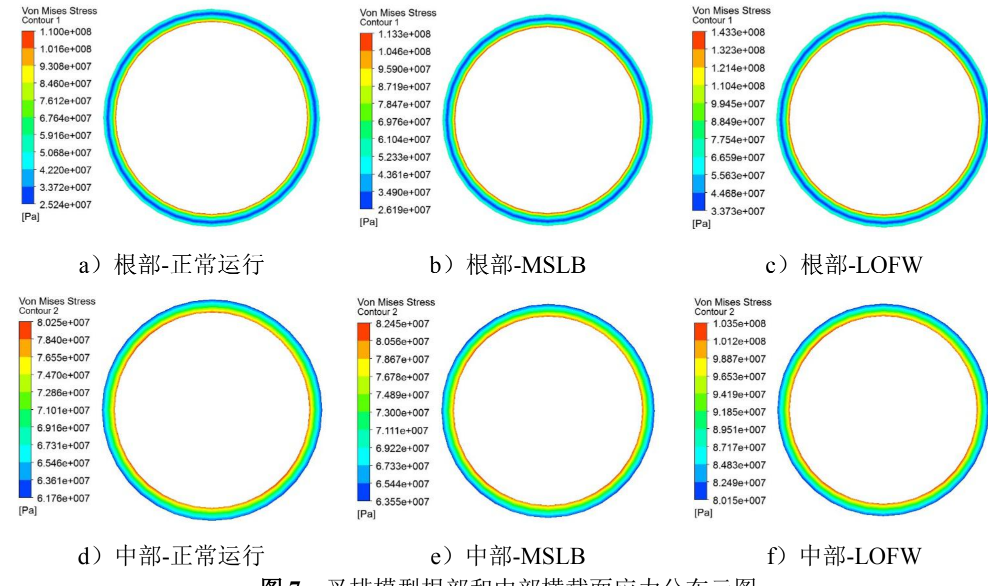


图 7 叉排模型根部和中部横截面应力分布云图

Fig.7 Stress distribution at the root and middle cross-sections of cross model

为进一步展现载荷分布特性，图 8 和图 9 分别给出了叉排模型传热管根部和中部横截面，沿壁厚方向上的应力分布曲线（径向坐标原点为传热管中心），图中可以更显著的看出前文所述的应力分布特性，传热的管根部在三种工况下的最低值较内壁面应力降低约 79.5MPa、85.6MPa 和 107.6MPa；较外壁面应力分别降低约 31.8MPa、34.9MPa 和 45.1MPa；事故工况比正常运行下的应力降低和升高过程更迅速，且变化幅值也更大。传热管的中部在三种工况下应力沿壁厚呈现近似线性降低，外壁面较内壁面降低约 16.8MPa、17.3MPa 和 21.8MPa。

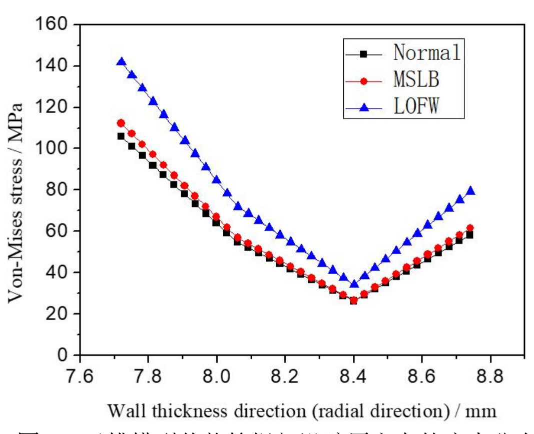


图 8 叉排模型传热管根部沿壁厚方向的应力分布

Fig.8 Stress distribution along the wall thickness direction at the root of heat transfer tube in cross model

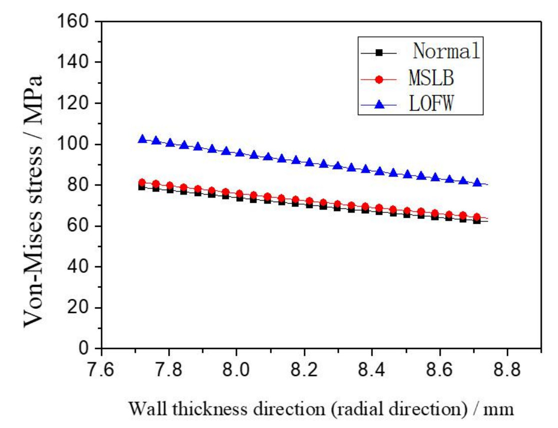


图 9 叉排模型传热管中部沿壁厚方向的应力分布

Fig.9 Stress distribution along the wall thickness direction in the middle of heat transfer tube in cross model

图 10 和图 11 分别为叉排模型传热管内壁面和外壁面沿轴向高度（即流体流动方向）上的应力分布。从图中 10 可以看出，内壁面根部应力最大，且沿着内壁面轴向高度，应力首先迅速减小再迅速增大并形成局部应力峰值，而后呈现应力平台现象，平台应力显著低于根部应力。在图 11 中，沿着外壁轴向，应力呈现与内壁面类似的变化规律，但存在以下差异：一方面其整体应力水平低于内壁面，并且最大应力不在根部，而在反弹后形成的应力峰值位置处；另外所形成的平台应力略高于根部应力。图 10 中三种工况下的平台应力较内壁面最大应力，分别降低 29.8MPa、30.8MPa 和 60.4MPa；图 11 中三种工况下的平台应力较外壁面最大应力，分别降低 3.3MPa、3.4MPa 和 4.2MPa，事故工况下内、外壁面的平台应力与应力最大值的

差值大于正常运行。

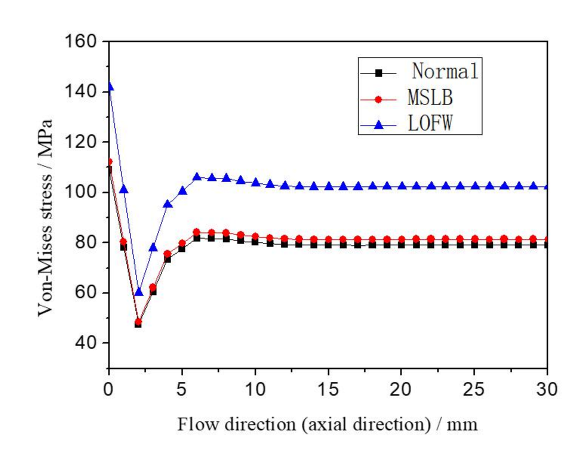


图 10　叉排模型内壁面轴向应力分布特性

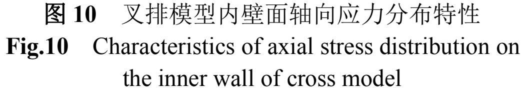


Fig.10　Characteristics of axial stress distribution on the inner wall of cross model

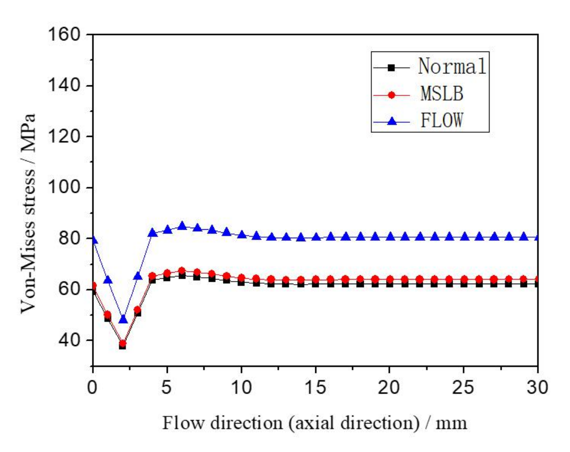


图 11　叉排模型外壁面轴向应力分布特性

Fig.11　Characteristics of axial stress distribution on the outer wall of cross model

4　结语

本文基于流固耦合方法，考虑一、二次侧流体的共同作用，对蒸汽发生器不同的传热管排列方式模型，进行了正常运行和典型事故参数下的结构响应计算和分析，形成的主要结论如下：

1）蒸汽发生器传热管的等效应力在轴向近似呈以中心横截面的对称分布，内壁面应力水平整体高于外壁面；在一、二次侧流动条件相同的情况下，叉排模型在正常运行和典型事故参数下的应力和变形大于顺排模型；

2）传热管根部横截面的等效应力沿壁厚方向先减小再增大，应力最大值在内壁面，最小值在壁厚中部靠近外壁面位置；传热管中部横截面的等效应力沿壁厚方向呈现近似线性降低，内壁面应力最大；

3）传热管根部区域内、外壁面的等效应力沿轴向高度先迅速降低而后快速升高，并形成应力平台；内壁面的平台应力值低于根部应力，而外壁面的平台应力值高于根部应力。

作者贡献声明　郭超负责文章编写、数据处理及分析；魏超负责调研和数据处理；史强负责数据处理和文章修改；朱光昱负责调研及文章校对；唐晖晖负责技术指导；刘巧凤负责文章校对。

参考文献

1　王莹杰,王明军,王树强,等.核动力系统蒸汽发生器 U 形管流致振动数值模拟[J].核科学与工程,2022,42(03):723-730.
WANG Yingjie, WANG Mingjun, WANG Shuqiang, et al. Numerical Simulation of Flow-induced Vibration of U-tube in Steam Generator of Nuclear Power System [J]. Nuclear Science and Engineering,2022,42(03):723-730.

2　臧希年，申世飞．核电厂系统及设备［M］．北京：清华大学出版社，2003：65-84
ZANG Xinian, SHEN Shifei. Nuclear power plant systems and equipment[M]．Beijing:Tsinghua University Press, 2003:65-84

3　臧希年.主蒸汽管道破裂叠加蒸汽发生器传热管破裂事件树分析[J].核动力工程,2000,(02):152-156.
ZANG Xinian. Event Tree Analyses of Steam Generator Heating Surface Tube Rupture Induced by Main Steam LineBreak[J]. Nuclear Power Engineering,2000,(02):152-156.

4　张骞. AP1000 蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)事故分析研究[D]. 上海:上海交通大学,2015.
ZHANG Qian. 张骞. STUDY ON THE STEAM GENERATOR TUBE RUPTURE ACCIDENT OF AP1000 NPP AP1000[D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University,2015.

5　樊雨轩,张竞宇,王晓东,等.压水堆核电厂蒸汽发生器传热管道破裂事故源项的计算分析[J].核技术,2020,43(06):31-36.
FAN Yuxuan, ZHANG Jingyu, WANG Xiaodong, et al. Calculation and analysis of steam generation tube rupture accident source term in PWR [J]. Nuclear Techniques,2020,43(06):31-36.

6 KUEHLERT K，WEBB S，SCHOWALTER D，et a1．Simulation of the fluid-structure-interaction of steam generator tubes and bluff bodies[J]．Nuclear Engineering and Design，2008，238(8)：2048—2054．

7 孙宝芝,郑陆松,韩文静,等.基于流固耦合的蒸汽发生器换热管结构应力分析[J].化工学报,2014,65(S1):364-370.

SUN Baozhi, ZHENG Lusong, HAN Wenjing, et al. Analysis on structural stress of tube in steam generator based on fluid-structure interaction[J]. Journal of Chemical Industry and Engineering,2014,65(S1):364-370.

8 郑陆松,孙宝芝,杨元龙,等.基于流热固耦合的核电蒸汽发生器传热管热应力数值模拟[J].原子能科学技术,2014,48(01):74-80.

ZHENG Lusong, SUN Baozhi, YANG Yuanlong, et al. Numerical Simulation on Thermal Stress of Tube in Steam Generator of Nuclear Power Plant Based on Fluid - thermal - structure Interaction [J]. Atomic Energy Science and Technology,2014,48(01):74-80.

9 陈玉爽,田健,丁梦婷,等.基于流热固耦合的 U 型管式熔盐换热器温度场与应力场分析[J].核技术,2023,46(01):109-116.

CHEN Yushuang, TIAN Jian, DING Mengting, et al. Temperature field and stress field analysis of molten salt U-tube heat exchanger based on fluid-thermal-solid coupling method [J].核技术,2023,46(01):109-116.

10 Sun B ,Zheng L ,Yang L , et al.A co upled stress analysis of the steam generator tube considering the influence of the fluid flow and heat transfer in the primary and secondary sides[J].Applied Thermal Engineering,2015,87803-815.

11 赵颖杰,孙宝芝,史建新,等.蒸汽发生器传热管双向流固耦合数值分析[J].化工学报,2016,67(S1):217-223.

ZHAO Yingjie, SUN Baozhi, SHI Jianxin, et al. Two-way fluid solid interaction numerical analysis of stearm generator heat transfer tube[J]. Journal of Chemical Industry and Engineering,2016,67(S1):217-223.

12 江双.核电站蒸汽发生器传热管的应力分析[D].华北电力大学,2015.

JIANG Shuang. Stress Analysis of Heat Transfer Tube for PWR Steam Generator [D]. North China Electric Power University,2015.